

出國報告(出國類別：開會)

第八屆國際核能熱水流運轉與安全專題會議（NUTHOS-8）

服務機關：台灣電力公司

姓名職稱：江授全、主管事故分析

派赴國家：中國

出國期間：99年10月09日至10月15日

報告日期：99年12月03日

出國報告審核表

出國報告名稱：第八屆國際核能熱水流運轉與安全專題會議（NUTHOS-8）		
出國人姓名（2人以上，以1人為代表）	職稱	服務單位
江授全	主管事故分析	核能安全處
出國期間：99年10月09日至99年10月15日		報告繳交日期：99年12月03日
出國 計畫 主辦 機關 審核 意見	<input type="checkbox"/> 1.依限繳交出國報告 <input type="checkbox"/> 2.格式完整（本文必須具備「目的」、「過程」、「心得」、「建議事項」） <input type="checkbox"/> 3.內容充實完備 <input type="checkbox"/> 4.建議具參考價值 <input type="checkbox"/> 5.送本機關參考或研辦 <input type="checkbox"/> 6.送上級機關參考 <input type="checkbox"/> 7.退回補正，原因： <input type="checkbox"/> 不符原核定出國計畫 <input type="checkbox"/> 以外文撰寫或僅以所蒐集外文資料為內容 <input type="checkbox"/> 內容空洞簡略 <input type="checkbox"/> 電子檔案未依格式辦理 <input type="checkbox"/> 未於資訊網登錄提要資料及傳送出國報告電子檔 <input type="checkbox"/> 8.本報告除上傳至出國報告資訊網外，將採行之公開發表： <input type="checkbox"/> 辦理本機關出國報告座談會（說明會），與同仁進行知識分享。 <input type="checkbox"/> 於本機關業務會報提出報告 <input type="checkbox"/> 9.其他處理意見及方式：	
層轉 機關 審核 意見	<input type="checkbox"/> 1.同意主辦機關審核意見 <input type="checkbox"/> 全部 <input type="checkbox"/> 部分_____（填寫審核意見編號） <input type="checkbox"/> 2.退回補正，原因：_____ <input type="checkbox"/> 3.其他處理意見：	

說明：

- 一、出國計畫主辦機關即層轉機關時，不需填寫「層轉機關審核意見」。
- 二、各機關可依需要自行增列審核項目內容，出國報告審核完畢本表請自行保存。
- 三、審核作業應儘速完成，以不影響出國人員上傳出國報告至「出國報告資訊網」為原則。

	單位	主管處	總經理
報告人：	主管：	主管：	副總經理：

行政院及所屬各機關出國報告提要

出國報告名稱： 第八屆國際核能熱水流運轉與安全專題會議（NUTHOS-8）

頁數 35 含附件： ■ 是 否

出國計畫主辦機關／聯絡人／電話： 台灣電力公司

出國人員姓名／服務機關／單位／職稱／電話：

江授全／台灣電力公司／主管(事故分析)／2366-7615

出國類別：1.考察 2.進修 3.研究 4.實習 5.其他（開會）

出國期間： 99 年 10 月 09 日至 10 月 15 日 出國地區： 中國

報告日期： 99 年 12 月 03 日

分類號／目：

關鍵詞： 核電廠、熱水流、運轉、安全

內容摘要：（二百至三百字）

- 一、 為符合原能會對本公司之自主性分析能力要求及有效執行支援電廠熱水流分析之驗證工作，本公司自 95 年起正式向原能會申請自主之暫態分析(TITRAM)方法論認證，目前已獲得 14 本專題報告認證許可。為進一步確保本公司核電廠熱水流安全分析品質，擬在國際核電廠熱水流研討會上發表論文，希望藉交流方式強化本方法論之執行程序，並擴展未來的應用。除達到安全運轉之目標，並可達成原能會要求本公司進行平行驗證分析之任務。
- 二、 本次出國任務係與核研所研發同仁前往中國上海出席第八屆國際核能熱水流運轉與安全專題會議（NUTHOS-8）。該專題會議係針對未來核電廠的運轉和安全二個議題而成立，希望藉由熱水流的研究可以使未來的核電廠在發展上、安全上和運轉上有所幫助。自第一屆專題會議於 1984 年在台北舉行起，每二年舉辦一次，下一屆（第九屆）預定再回到台灣舉辦，將由核研所主辦，清華大學協辦。今年是第八屆，在中國上海由上海交大主辦，地點在浦東大道的裕景大飯店，時間為 10 月 10 日至 14 日，總共分 14 個專題，計有來自 23 個國家或地區，提出 240 篇論文。

目 錄

壹、出國目的與任務說明	5
貳、出國行程	6
參、專題會議內容	7
肆、心得與建議	11
附件、『核一廠替代性停機冷卻計算流體力學分析』論文摘要	12

壹、出國目的與任務說明

為符合原能會對本公司之自主性分析能力之要求及有效執行支援電廠熱流分析之驗證，本公司自 95 年起正式向原能會申請自主之暫態分析(TITRAM)方法論之認證，目前已獲得 14 本專題報告之認證許可。為進一步確保本公司核電廠熱水流安全分析品質，擬在國際核電廠熱水流研討會上發表論文，希望藉交流方式強化本方法論之執程序，並擴展未來的應用。除達到安全運轉之目標，並可達成原能會要求本公司進行平行驗證分析之任務。

本次出國任務係與核研所研發同仁前往中國上海出席第八屆國際核能熱水流運轉與安全專題會議（NUTHOS-8）。該專題會議係針對未來核電廠的運轉和安全二個議題而成立，希望藉由熱水流的研究可以使未來的核電廠在發展上、安全上、和運轉上有所幫助。自第一屆專題會議在 1984 年於台北舉辦起，每二年舉辦一次，下一屆（第九屆）預定再回到台灣舉辦，將由核研所主辦，清華大學協辦。今年是第八屆，在中國上海由上海交大主辦，地點在浦東大道的裕景大飯店，時間為 10 月 10 日至 14 日，總共分 14 個專題，計有來自 23 個國家或地區，提出 240 篇論文。

貳、出國行程

日期	地點	工作內容
99.10.09	台北—上海	往程
99.10.10～ 99.10.14	上海	出席第八屆國際核能熱水流運轉與安全專題會議 (NUTHOS-8)
99.10.15	上海—台北	返程

叁、專題會議內容

一、報到

本專題會議於 10 月 10 日下午 2 時起開始報到，直到晚上 8 時為止。地點在上海浦東區浦東大道 535 號的裕景大飯店（Eton Hotel）大宴會廳。

主辦單位為中國核能學會，協辦單位主要是上海交通大學、廣核電公司及中國核能研究院等單位。

二、會議內容

（一）大會與專題演講

於大宴會廳邀請中國核能研究院、美國愛達荷國家研究所、日本原子能學會、德國理工學院及韓國電力研究院等貴賓發表包括中國未來核能發展、美國研發現況、熱水流對世界核能的貢獻及未來核能發展的挑戰等。

（二）論文發表

「國際核電廠熱水流運轉與安全專題會議（NUTHOS）」係針對未來核電廠的運轉和安全二個議題而成立，希望藉由熱水流的研究可以使未來的核電廠在研究發展上、安全上和運轉上有所幫助。今年是第八屆，自 10 月 10 日至 14 日，總共分 14 個專題，計有來自 23 個國家或地區，提出 240 篇論文，分別在 5 個會議廳舉行如後：

1. 水冷式反應器熱水流

總共有 11 篇論文，以日本及中國論文較多，大皆偏重於雙相流研究心得。

2. 液態金屬反應器熱水流與安全

總共有 25 篇論文，主要是日本和印度相當積極的探討這些新型反應器的安全議題。

3. 核融合系統之熱水流與安全

有 9 篇論文發表，中國發表了 6 篇。

4 氣冷式反應器之熱水流與安全

總共有 10 篇論文，包括一篇由美國愛達荷國家研究所，針對評估模式校驗的專題演講，本主題幾乎都是日本和美國的天下。

5. 超臨界水冷式反應器的熱水流與安全

總共有 21 篇論文，大多數為歐洲國家所提，其中德國最積極共提了 8 篇。

6. 水冷式反應器安全議題

本主題有 41 篇論文，是論文最多的一組。我國也相對的提出 6 篇，包括核研所 2 篇「以垂司 (TRACE) 程式模擬龍門電廠飼水跳脫事故」及「以加時克 (GOTHIC) 程式模擬核一廠圍阻體溫壓分析」；清華大學 4 篇「以匹斯傳 (PCTRAN) 程式模擬分析龍門電廠汽機跳脫事件」、「以匹斯傳 (PCTRAN) 程式模擬龍門電廠飼水跳脫事件」、「以雷普 (RELAP5-3D) 進行失水事故 (LOFT) 校驗」及「以雷普系列三個程式 (RELAP5M3, RELAP5-3D 及 RELAP5-3D/K) 分別計算核三廠失水事故以評估程式與模式的保守度」。

7. 嚴重核子事故

共 21 篇論文，其中包括核研所與本公司合作提出兩篇以梅普程式 (MAAP) 進行的研究論文，分別是「龍門電廠以消防水應付嚴重核子事故」及「網路版本梅普程式之驗證」。

8. 核電廠運轉偵測與控制

共 16 篇論文，包括核研所所提之「台灣的小幅度功率提昇 (MURPU)」及清華大學所提之「以雷普 (RELAP) 程式模擬進步型沸水式反應器功率測試暫態分析」與「以劑量程式 (EPZ_Dose) 模擬緊急計畫區之放射性物質擴散與劑量分析」。

9. 計算流體力學模擬與分析 (CFD)

共 20 篇論文，包括本公司與核研所合作提出的「核一廠替代性停機冷卻計算流體力學 (FLUENT) 分析」。本篇論文係本公司 TITRAM 暫態分析方法論新增加的項目，針對核一廠要求而成立，其結論並送交核一廠作為改善的參考依據。經會上發表後亦獲得共鳴，茲將其摘要如附件，供進一步參考。

10. 組合程式及其校核試驗

共 21 篇論文，可以看出二個趨勢，一是將系統程式延伸到計算流體力學程式 (CFD)，另一則是延伸到嚴重核子事故 (MELCOR 等程式)。

11. 安全度評估

本議題共有 11 篇論文，其中核研所提出二篇，分別是「第四代沸水式反應器儀控系統模式研究」及「第五台柴油發電機對電廠全黑事故的影響評估」。

12. 新型數值處理研究

共有 10 篇論文，其中美國愛達荷研究所與加州大學柏克萊分校，合作進行有關新型反應器內的層化與混合效應研究最為吸引人。一般說來大型的系統程式例如雷普（RELAP5-3D）程式無法精確計算大型容器內的層化混合效應問題，只能以零維方式進行概算。如果要精確計算，則需要較複雜的程式例如 Commix 程式，以二維或三維方式計算，相當耗時而且昂貴。本篇論文則試著以一維方式來處理大型容器內的層化混合效應問題。

目前柏克萊分校已發展出俾麥克斯（BMIX++）程式來進行研究，研究對象是「進步型高溫反應器（AHTR）」，該程式類似於加時克（GOTHIC）程式，屬於當今流行的系統程式加上計算流體力學程式（CFD）之混合型程式。該論文結論為此種分析方式可以滿足第四代新型反應器及進步型輕水式反應器相關之大型容器層化與混合效應計算需求。

13. 熱水流實驗與模擬分析

總共有 22 篇論文，其中，中國很積極的提出 8 篇熱水流基礎的雙相流實驗，顯示出將繼美國、法國與日本之後，全面進行熱水流基礎研究的決心。

14. 跨領域新型反應器所需之熱水流研究議題

總共有 9 篇論文，針對未來可能發展的新型反應器進行研究，其中歐洲較為積極，有各種國際合作計畫進行中。

肆、心得與建議

「國際核能熱水流運轉與安全專題會議」係針對核電廠的運轉和安全二個議題而成立，希望藉由熱水流的研究可以使未來的核電廠在研究發展上、安全上和運轉上有所幫助。下一屆（第九屆）預定再回到台灣舉辦，將由核研所主辦，清華大學協辦。建議在主辦國的優勢下針對 14 個專題鼓勵同仁多多提出論文。

本次會議中顯示出一個核電廠熱流分析新主流，就是大型系統分析程式與計算流體力學分析程式相結合。主要原因之一是拜電腦硬體一日千里的計算速度，可以執行以往無法計算的流力問題。本公司 TITRAM 方法論已先自去年第二階段開始前，說服原能會將計算流體力學分析 GOTHIC 和 FLUENT 兩程式納入，目前正由原能會審查中，預訂今年年底前會獲得核准使用在核一廠的中幅度功率提升相關的分析。雖然此可確認 TITRAM 方法論研發方向的正確性，但目前尚在起步階段，擬將主動與會中各研究機構和顧問公司加強聯繫與交流，繼續精進後續的分析程序及應用。

附件

『核一廠替代性停機冷卻計算流體力學 (FLUENT) 分析』 論文摘要

一、內容摘要

本論文係使用台電/核研所暫態分析方法論(TITRAM)之三維計算流體力學(Computational Fluid Dynamics, CFD) 所建立之熱流分析技術，進行核一廠機組大修期間爐心替代冷卻可行性分析。

主要討論項目包括 CFD 之 FLUENT 程式物理模式、數值方法、分析模式建立與驗證及分析程序建立，並採用鮑茲內斯克近似式 (Boussinesq approximation)、紊流凱歐美加 (k- ω) 以及離散座標法(DO-Model)分別處理自然對流、紊流及熱輻射機制與物理現象。

二、FLUENT 物理模式

本論文之三維計算流體力學是以 FLUENT 程式為基礎，該程式主要為求解三維流場，包括質量守恆、動量守恆與能量守恆之方程式求解，同時輔以自然對流模式、熱輻射模式、紊流模式等，以計算特定之物理現象。

對於單純的流場，FLUENT 可以同時求解質量以及動量守恆方程式而獲得流場分布。對於需要考慮熱傳或壓縮流之問題，FLEUNT 亦可藉由能量方程式進行溫度場計算。然而，對於紊流狀況與自然對流，需藉由額外傳輸模式，例如：k- ω 紊流模式來獲得所需之熱流特性。

2.1 基本守恆方程式

2.1.1 質量守恆方程式

質量方程式可以寫為：

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} + \nabla \cdot (\rho \vec{v}) = S_m \quad (1)$$

其中， ρ 為流體之密度；

而 \vec{v} 為速度向量；

S_m 為質量源項。

若分析案例未涉及質傳與化學反應則式(1)可以改寫為：

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} + \nabla \cdot (\rho \vec{v}) = 0 \quad (2)$$

2.1.2 動量守恆方程式

FLUENT 之動量方程式可以寫為：

$$\frac{\partial}{\partial t} (\rho \vec{v}) + \nabla \cdot (\rho \vec{v} \vec{v}) = -\nabla p + \nabla \cdot (\overline{\tau}) + \rho \vec{g} + \vec{F} \quad (3)$$

其中， p 為靜壓力， $\rho \vec{g}$ 為重力項， $\vec{v} \vec{v}$ 可展開為：

$$\vec{v} \vec{v} = \begin{bmatrix} u_1 v_1 & u_1 v_2 & u_1 v_3 \\ u_2 v_1 & u_2 v_2 & u_2 v_3 \\ u_3 v_1 & u_3 v_2 & u_3 v_3 \end{bmatrix} \quad (4)$$

\vec{F} 為額外力源， $\overline{\tau}$ 為應力張量，其可以寫為：

$$\overline{\tau} = \mu \left[(\nabla \vec{v} + \nabla \vec{v}^T) - \frac{2}{3} \nabla \cdot \vec{v} I \right], \quad (5)$$

而 μ 為流體黏滯係數， I 則為單位張量。

2.1.3 能量守恆方程式

FLUENT 之能量方程式可以寫為：

$$\frac{\partial}{\partial t} (\rho E) + \nabla \cdot [\vec{v} (\rho E + p)] = \nabla \cdot (\kappa_{eff} \nabla T) + S_h \quad (6)$$

其中， E 為單位質量之總能量，若忽略位能則可以寫成：

$$E = h - \frac{p}{\rho} + \frac{v^2}{2}, \quad (7)$$

h 為焓值；

p 為靜壓力；

\vec{v} 為速度向量；

κ_{eff} 則為等效熱導率：

$$k_{eff} = k + k_t \quad (8)$$

其中， k 為分子熱導率； k_t 為紊流熱導率。

2.2 主要輔助模式

2.2.1 熱輻射模式

考量本方法論之分析領域未有任何化學反應(例如, 燃燒)且材料之體輻射皆可忽略(低吸收率之氣體、不透明之固體), 故本分析中之整體熱輻射效應可視為各組件表面間輻射熱傳, 而忽略其它熱輻射效應。基本的表面間輻射熱傳可以由下式表示:

$$q_{1,2}'' = \sigma \times \varepsilon \times F_{1,2} \times (T_1^4 - T_2^4), \quad (9)$$

其中, $q_{1,2}''$ 代表兩表面間之輻射熱通率, σ 為波茲曼常數, ε 則為材料表面放射率。而任兩表面間之視因子(View Factor), $F_{1,2}$, 則表示如下:

$$F_{1,2} = \frac{1}{A_1} \int_{A_1} \int_{A_2} \frac{\cos \theta_1 \cos \theta_2}{\pi r^2} dA_1 dA_2. \quad (10)$$

其中, A_1 與 A_2 分別代表兩表面之面積;

θ_1 與 θ_2 , 分別為兩面間之夾角;

而 r 則為兩平面間之距離。

為求解上述之熱輻射機制, FLUENT 中有數種不同的熱輻射模式可供選擇, 其中包括有 S2S (Surface-to-surface)、DTRM (Discrete transfer radiation model)、以及 DO (Discrete Ordinates)等數種熱輻射模式。其中 S2S 是利用 式(9) 及式(10) 進行表面間之熱輻射計算。然而, 此方法需計算各網格表面之視因子, 因此在求解前, 須先計算視因子(View factor); 相對地, 隨著網格數的增加, 計算時間亦隨之增加, 且計算後的資料貯存及讀取也將耗費更多的時間。本研究中將不採用此法進行計算, 以節省計算資源。而 DTRM 則是利用各表面間之輻射射線進行熱輻射計算, 其精確度不若 DO 模式為佳, 因此亦不加以考慮。相較於其他模式, DO 模式除了具有高精確度之特色外, 更包括以下幾項優點。因此, 本工作將採用 DO 模式進行熱輻射之估算:

1. 不需先行計算並儲存所有表面間之視因子, 因此不會增加太多的計算時間;
2. 可以模擬太陽射線以及半透明體等優勢, 其模式之應用性將更為廣泛;

3 · DO 模型容許於邊界條件中出現對稱面(Symmetry)，可以應用於 1/2 或 1/4 對稱幾何形狀之模型中；

基於上述幾點原因，本方法論之建立將採以 DO 模式作為熱輻射計算模式。DO 模式主要是求解輻射傳遞方程式(radiation transfer equation, RTE)，此方程式可表示為：

$$\nabla \cdot (I_{\lambda}(\vec{r}, \vec{s})\vec{s}) + (a_{\lambda} + \sigma_s)I_{\lambda}(\vec{r}, \vec{s}) = a_{\lambda}n^2I_{b\lambda} + \frac{\sigma_s}{4\pi} \int_0^{4\pi} I_{\lambda}(\vec{r}, \vec{s}')\Phi(\vec{s}, \vec{s}')d\Omega' ; (11)$$

其中， $I(\vec{r}, \vec{s})$ 為 \vec{r} 點沿著 \vec{s} 方向之總輻射強度其式可以寫為：

$$I(\vec{r}, \vec{s}) = \sum_k I_{\lambda_k}(\vec{r}, \vec{s})\Delta\lambda_k ; (12)$$

λ 為波長；

a_{λ} 為吸收系數；

$I_{b\lambda}$ 為黑體輻射強度；

σ_s 為散射系數；

n 為反射索引編號(refractive index)。

2.2.2 自然對流模式

反應器大修期間餘熱移除系統停用狀態下，系統內部流場主要是呈現自然對流的狀態，因此自然對流計算之精確性將會影響整體分析之結果。自然對流的運作機制主要是流體因溫度差所造成的密度差所產生的流動現象，在 FLUENT 中用以模擬自然對流的方式可藉由理想氣體或是 Boussinesq approximation 兩種假設方式來進行模擬。由於 Boussinesq approximation 除了可以適用於氣體與液體之模擬外，計算上亦具有較佳的效益，故本分析技術將採用 Boussinesq approximation 進行自然對流模擬。此模式可以表示為：

$$\rho = \rho_0(1 - \beta(T - T_{\infty})) (13)$$

而其中流體之 β 值為流體之熱膨脹係數，若流體為理想氣體，則 β 可以表示為：

$$\beta = 1/T_{avg} (14)$$

其中， T_{avg} 為氣體平均溫度。

2.2.3 紊流模式

在考量自然對流流場於核能電廠相關系統之尺寸下，往往因為雷利數 (Rayleigh Number, Ra) 較大使得流場呈現紊流狀態，因此在本方法論中需要考慮紊流效應。FLUENT 內有許多的紊流模式可供運用，其中包括已廣泛應用於各種工程領域的 $k-\varepsilon$ 、 $k-\omega$ 、Reynolds Stress 及大渦流模擬 (Large eddy simulation, LES) 等模式亦都能夠提供選擇。在將計算效能及精確度納入評估後，考量 $k-\omega$ 模式已足以符合本方法論之所需，故選擇 $k-\omega$ 作為紊流模擬之用。此紊流模式之方程式可以表示為：

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho k) + \frac{\partial}{\partial x_i}(\rho k u_i) = \frac{\partial}{\partial x_j} \left(\Gamma_k \frac{\partial k}{\partial x_j} \right) + \tilde{G}_k - Y_k + S_k \quad (15)$$

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho \omega) + \frac{\partial}{\partial x_i}(\rho \omega u_i) = \frac{\partial}{\partial x_j} \left(\Gamma_\omega \frac{\partial \omega}{\partial x_j} \right) + \tilde{G}_\omega - Y_\omega + D_\omega + S_\omega \quad (16)$$

其中， k 為紊流動能，而 ω 則為消散率； \tilde{G}_k 為紊流動能梯度， \tilde{G}_ω 為消散率梯度； Y_k 與 Y_ω 分別為 k 與 ω 因為紊流所造成的消散量； S_k 與 S_ω 分別為 k 方程式與 ω 方程式之源項。 Γ_k 與 Γ_ω 則為等效擴散項，上述變數之定義可以表示為：

$$\Gamma_k = \mu + \frac{\mu_t}{\sigma_k} ; \quad (17)$$

$$\Gamma_\omega = \mu + \frac{\mu_t}{\sigma_\omega} ; \quad (18)$$

其中， μ 為流體黏滯係數， σ_k 與 σ_ω 為紊流普蘭特常數 (turbulent Prandtl number) 而， μ_t 則為：

$$\mu_t = \alpha^* + \frac{\rho k}{\omega} ; \quad (19)$$

其中，紊流阻尼 α^* 可以定義為

$$\alpha^* = \alpha_\infty^* + \left(\frac{\alpha_0^* + \text{Re}_t / \text{R}_k}{1 + \text{Re}_t / \text{R}_k} \right) ; \quad (20)$$

而， α_∞^* 為阻尼；

$$\text{Re}_t = \frac{\rho k}{\mu \omega} ; \quad (21)$$

$$\text{R}_k = 6 ; \quad (22)$$

$$\alpha_0^* = \frac{\beta_i}{3} ; \quad (23)$$

$$\beta_i = 0.072 \text{ }^\circ \quad (24)$$

三· FLUENT 程式特點與求解過程

本分析方法論採用 FLUENT 程式進行所有之分析計算，其特點與求解過程如下：

- 1· 能夠同時將熱傳途徑之三種機制：熱傳導、熱對流及熱輻射於一套軟體內耦合計算，不需以多套軟體聯結計算。
- 2· 具有自建函數功能，能夠依使用者所設定之特定函數進行計算，例如燃料束功率分布計算。
- 3· 具有建立與處理分散式網格的能力，可產生適當的網格系統。在建立實際幾何模型上除了可以降低前處理之困難度以提昇執行效率之外，計算結果可提供更細微之物理現象；
- 4· 具有高效能之平行計算能力，有助於提昇計算速度以降低計算所需時間，可滿足未來大量計算之需求；
- 5· 能夠暫存並重啓(Restart)計算，同時於計算過程中可加入額外儲存資料、更改特定邊界之熱物理性質等動作，以節省重新建立模型及計算所需之時間。

四·分析程序

模式建立之標準程序將依據下述三個重點進行：

- ✧ 方法論保守度確認：計算系統各組件與設備設計值對熱流分析影響，以證明本方法論於未來應用時，其分析結果有足夠保守度。
- ✧ 分析程序建立：確保後續分析案之進行有一致之程序可以依循，且符合品保精神。
- ✧ 實際應用案例測試：確認本方法論於電廠熱水流分析案例之實用性。

實際應用分析程序如下：

1. 全部案例採用 FLUENT 進行模式建立與計算求解；
2. 自然對流效應以 Boussinesq approximation 進行模擬；
3. 若流場已達紊流，則採用 k- ω 模式進行紊流現象模擬；
4. 當模擬案例中熱輻射為重要熱傳機制時則採用 DO 模式進行熱輻射計算；
5. 對最佳預估分析而言，採用真實功率分布；對於申照有關分析，則依法規要求或保守假設作功率分布計算；
6. 明顯受溫度影響之材料性質應考量真實材料熱物理性質變化；
7. 對於最佳預估分析，外部邊界條件在反應器機組熱流分析是以熱交換器實際回水口溫度進行設定；對於申照有關分析，則依法規要求之假設、設計規範所提供之設計數據或是評估報告進行設定。
8. 最後採用二階離散方法進行求解，並依實際需求選用暫態或穩態模式求解；

五·核一廠反應器機組熱水流分析模式

5.1 分析前提與重點

核一廠以往大修時，採用全爐心燃料退出，因此監測重點在燃料池水溫而非爐心溫度。原有之冷卻系統，包括既有燃料池冷卻系統和新增燃料池冷卻系統皆是以此為考量進行設計，故上述系統彼此間難以在燃料池與爐心區切換支援運轉。

隨著核一廠運轉時間的增加，燃料池空間已無法滿足全爐心退出之需求，而逐漸採用爐心挪移之方式，在部分燃料退出之前提下，進行大修作業。故核一廠機組於大修時，爐心仍具有部分未移出之燃料，而 RHR 系統亦需在大修期間將持續運轉以進行熱移除。然而，核一廠兩串 RHR 系統間存在有部分共用管路，因此當進行共管維修時，RHR 將無法在大修期間持續運轉，以確保爐心燃料之溫度符合大修作業之需求。

除此之外，由於燃料吊運與水下檢視作業，皆與作業當時之爐穴以及爐心上方之溫度有關。但在受限於 RHR 系統之前提下，將使電廠大修各項工作之調度彈性降低。因此，為了提昇大修作業之調度彈性，並以及減少對於 RHR 之依賴性，因此核一廠計畫以改善現有燃料池冷卻系統及新增燃料冷卻系統之移熱能力為基礎，發展由該兩系統支援爐心冷卻之替代發案，以期在 RHR 停用之前提下，仍能符合大修時燃料吊運與水下檢視之熱水流需求。

5.2 模式建立說明

以往電廠反應器系統之熱水流分析多採用系統程式，由於系統節點過少，不足以呈現出大修期間，採用餘熱移除(RHR)系統進行熱移除時，用過燃料池與爐穴因為自然對流與微小強制對流所造形成的混合對流流場。因此難以針對大修期間之熱水流現象提供更為精確的分析結果作為與 RHR 系統運轉或檢修有關之工期安排之參考。本方法論即針對此點進行分析技術之精進，以期未來電廠進行爐心內燃料挪移與吊運時，可以有更為精準的整體及局部熱水流分布作為工期排程之依據。

爲求能夠精確分析用過燃料池與爐心內燃料彼此之間對於整體反應器系統於停機時之熱流影響，在分析中需考慮的部分將包含機組停機後充滿冷卻水之部分。本報告之整體模型之建立乃依據核一廠系統設計之相關圖面進行建立，主要模型包括有：爐穴、反應器壓力槽以及用過燃料池等三大部分，以下將針對模式建立之方法、考量與其對應之假設進行說明。

5.3 分析之假設

1. 針對核一廠二號機 EOC23，於燃料吊運完成第一階段後之燃料分布進行模擬。
2. 假設停機前爐心熱功率為 1804MWt，以 ASB 9-2 進行燃料衰變熱功率計算。
3. 舊有燃料(EOC 20 以前)針對現有用過燃料池之配置，將其依 RACK 進行分別平均。
4. EOC 21~23 之燃料，依其功率強度與配置，將 RACK 分割出獨立區域，再進行平均，以確保分析結果之保守度。
5. 最新退出之燃料(EOC23)保守假設密集存放於同一 RACK 中。
6. 冷卻系統方面，既有燃料池冷卻系統與新增燃料池冷卻系統之流量皆是假設以單泵運轉進行分析，並以實際量測之回水口溫度作為邊界條件。
7. 餘熱移除系統之啓用與否依據校驗案中實際狀態進行設定。
8. 流阻係數依 ATRIUM-10 燃料廠家 AREVA 公司提供之資料計算。
9. 燃料區與旁通區分開各自獨立建立模式。
10. 採用近穩態(Quasi-Steady State)方式進行模擬，以計算系統最高衰變熱功率作為分析基礎。
11. 忽略自由液面之所有可能藉由對流或是質傳所造成的熱損失。
12. 反應器與用過燃料池之壁面假設為絕熱。

5.4 核一廠二號機幾何模型建立

整體模型係考慮反應器在停機後假設為充滿液態水。圖 11 為本案例所建立之幾何模型，包括反應爐壓力槽、爐穴及用過燃料池。本模式建立後將可供本方法論針對 RHR 系統運轉案例(爐心強制對流現象)，以及 RHR 停用案例(爐心全自然對流現象)分析使用。

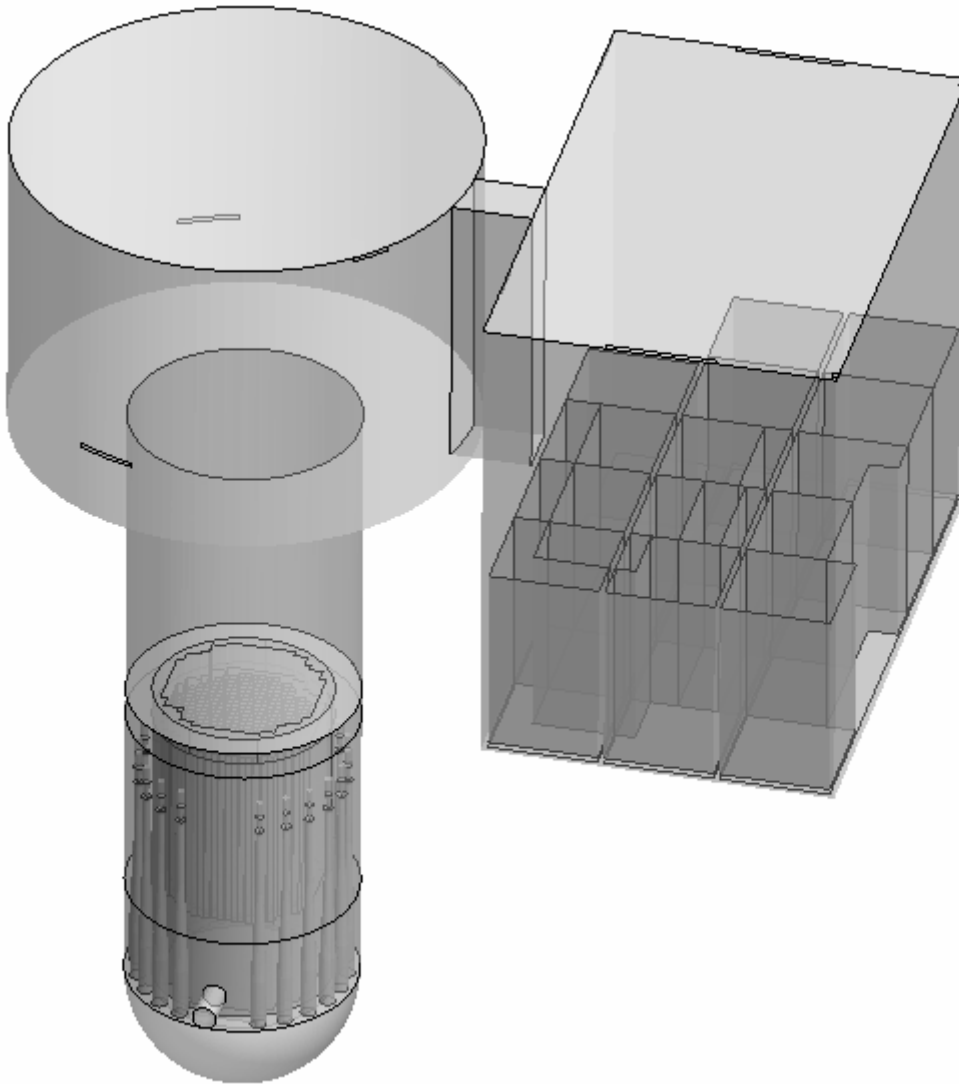


圖 1、核一廠二號機熱流分析模型

5.5 替代冷卻系統功率分布定義

根據前述之分析假設，本分析模式依照核一廠所提供之二號機週期 23 期末大修第一階段燃料吊運狀況，進行爐心內燃料配置(圖 2)。並依據前述之燃料衰變熱功率定義，將爐心 145 根燃料束依其功率分為 5 級，由具有最強功率之 L1 至功率最低之 L5，詳如圖 3 所示。

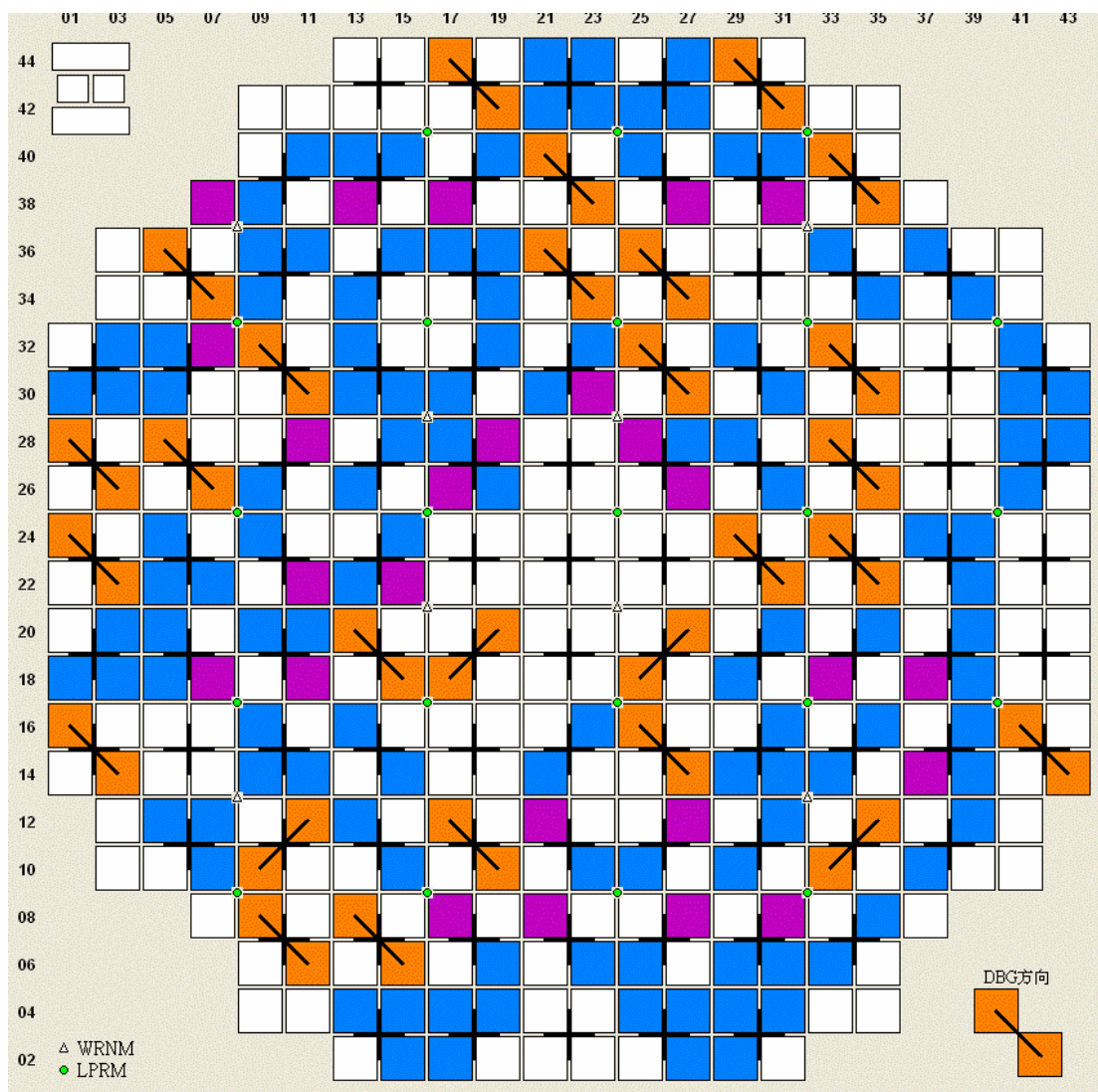


圖 2、爐心燃料束於第一階段吊運完成後之分布狀況

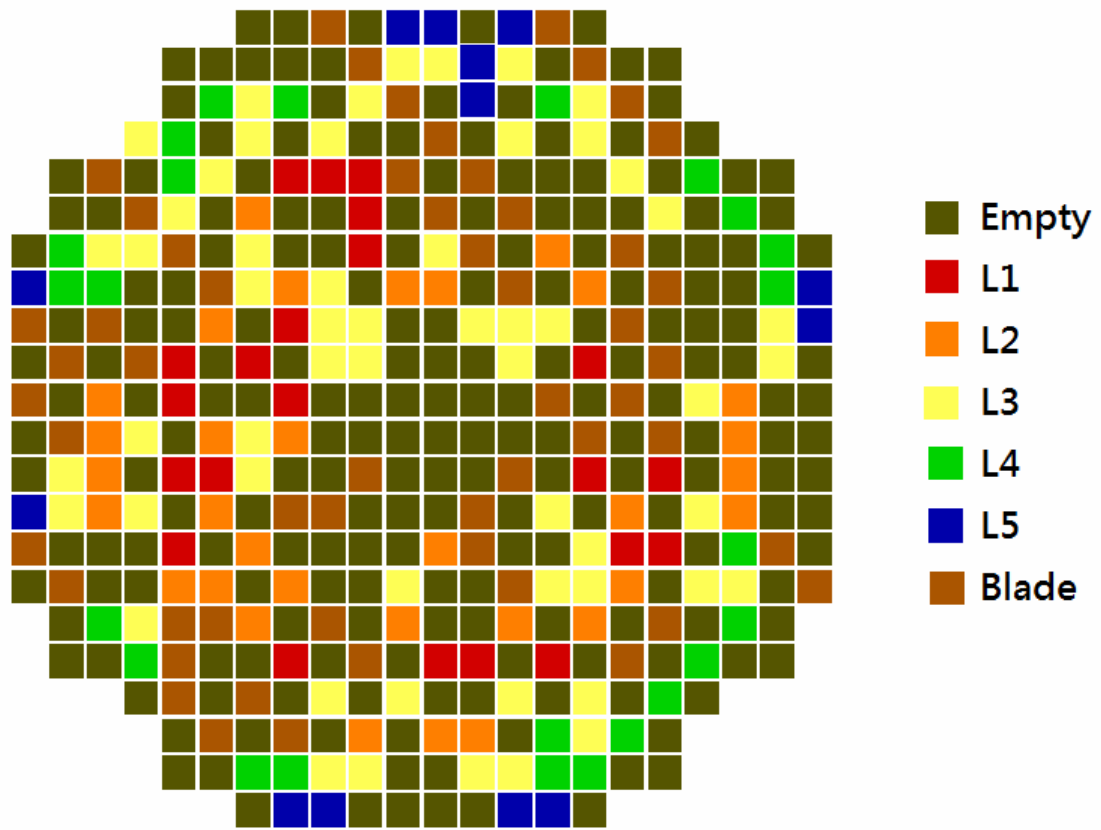


圖 3、第一階段燃料吊運後 FLUENT 模式中之燃料分布狀況

5.6 邊界條件

5.6.1 邊界條件定義

邊界條件可以區分為固體邊界、流體邊界以及流固界面邊界三種：

(一) 固體邊界

計算中作用於固體區的邊界條件可分為三種，其一為模型底部之絕熱邊界；其二為模型與外界空氣作用之熱對流邊界；其三為微小間隙之夾層。此三種邊界之數學式可以分別寫為：

A. 絕熱邊界

$$\frac{\partial T}{\partial N} = 0 ; \quad (25)$$

其中， T 為溫度， N 指的是此邊界之垂直方向；此邊界條件將應用於反應器及用過燃料池壁面之邊界設定。

B. 對流邊界

對流邊界主要是固體邊界且非絕熱，其數學式可以寫為：

$$-k \frac{\partial T}{\partial N} = h(T_w - T_f) \quad (26)$$

且，

$$T_f = T_\infty ; \quad (27)$$

其中 k 為流體之熱傳導率， T_w 為壁面溫度， T_f 為流體溫度，而 T_∞ 則為外界環境之溫度；

而對流係數 h 則藉由經驗式來加以計算：

$$Nu = 0.13(Gr Pr)^{1/3} ; \quad (28)$$

其中 Nu (Nusselt) 為紐塞特數， Gr 為葛拉緒夫數(Grashof Number)，而 Pr (Prandtl Number) 則為普蘭特數。

C. 微小間隙

基於網格數目與品質之故，本計算不直接描述元件之間的微小間隙，而以一維熱傳之方式，額外增加一熱阻值以簡化整體模型，其式可表示為：

$$R = \frac{\Delta X}{kA} ; \quad (29)$$

其中 k 為間隙材料之熱傳導率，而 ΔX 則為間隙厚度。

(二) 流體邊界條件

A · 壓力進口

此類型邊界主要用於模擬計算域之進出口邊界，例如溢流孔或冷卻系統注水口。且其壓力與溫度設定如下：

$$P_{in/out} = P_{\infty} ; \quad (30)$$

$$T_{in} = T_{HX,out} \circ \quad (31)$$

B · 質量進口

此一邊界條件主要用於模擬反應器機組大修時，冷卻系統注水口之邊界，其質量與溫度分別依冷卻系統之注水口條件進行設置：

$$\dot{m}_{in} = \dot{m}_{HX,out} ; \quad (32)$$

$$T_{in} = T_{HX,out} \circ \quad (33)$$

其中， $\dot{m}_{HX,out}$ 為冷卻水系統注水流量， $T_{HX,out}$ 為熱交換器出口溫度。

(三) 流固界面

在流場迭代與熱輻射計算的連結上，考量熱輻射主要作用於所有固體之表面上。因此藉由流固介面的能量平衡，將熱輻射效應視為該網格面之額外源項，將熱輻射與流場遞迴加以耦合，而達成熱輻射影響的模擬：

$$q_{cond,w} = q_{conv,w} + q_{rad,w} ; \quad (34)$$

其中， $q_{cond,w}$ 為傳導移熱項， $q_{conv,w}''$ 為對流移熱項，而 $q_{rad,w}''$ 則為輻射移熱項，其式可以寫為：

$$q_{rad,w} = (1 - \epsilon_w) q_{in} + n^2 \epsilon_w \sigma T_w^4 ; \quad (35)$$

其中， ϵ_w 壁面放射率， σ 為波茲曼常數， q_{in} 為其它面傳至此面之熱傳

量，而 q_{in} 則定義為：

$$q_{in} = \int_{\bar{s} \cdot \bar{n} > 0} I_{in} \bar{s} \cdot \bar{n} d\Omega \quad (36)$$

而，為 \bar{n} 座標點上沿 \bar{s} 方向之輻射強度。

六、分析結果與討論

6.1 分析方案

根據上述之前提，此替代冷卻方案需滿足以下幾點：

- ◇ 採用新增燃料池冷卻系統為冷卻水源，進行爐心燃料之冷卻；
- ◇ 為能滿足燃料吊運作業，需反應爐停機二天後，滿足爐穴水溫低於 56°C 之需求；
- ◇ 為能確保水下檢視設備之運作效能，需於反應爐停機五天後，滿足爐心燃料上繫板區溫度低於 45°C 之要求。

參考核一廠所提供之替代冷卻方案規畫，共有四種方案擬納入評估工作之中：

- ◇ 方案一：透過新增燃料池冷卻系統熱交換器供水至爐穴擴散器 (Diffuser)(圖 4)。
- ◇ 方案二：透過新增燃料池冷卻系統熱交換器供水至爐心噴灑(Core-Spray)系統(圖 4)。
- ◇ 方案三：透過新增燃料池冷卻系統熱交換器供水經再循環管路至噴射泵 (Jet Pump) (圖 4)。
- ◇ 方案四：以雙串冷卻系統流量，評估上述三種方案之移熱能力

在評估其冷卻方式與內部對流機制後，確認本方法論可以作為此替代冷卻方案之分析工具，以下將採用本方法論所發展之分析技術進行完整之模式建立與分析工作，以確認本方法論之應用性。

6.2 分析結果討論

考量上述三種替代冷卻方案之注水方式，將使爐心分別呈現全自然對流(方案一、二)與強制對流(方案三)。由於替代方案主要著眼於(1)需確保爐心不致發生局部沸騰；(2)確保爐穴平均溫度符合燃料吊運作業之進行；以及(3)爐心上繫板平均溫度符合水下檢視作業之進行。因此以下將針對上述各處之溫度進行討論。

方案一量化討論

圖 5 為執行方案一分析所得之機組於各處溫度隨停機後天數之變化趨勢，其中 TMAX 代表爐心最高溫度，CAVITY 代表爐穴平均溫度，UTP 代表上繫板平均水溫，SFP 代表燃料池平均水溫。整體而言，爐心於各時間點之溫度變化趨勢與衰變熱功率之分布相符。除此之外，由於冷卻水注水位置位於爐穴，因此冷卻水需要流經爐穴及反應器壓力槽再經由噴射泵流入爐心底部，方能對燃料束進行冷卻，因此由圖 5 之溫度分布明顯可以發現，爐心最高溫度將明顯高於爐穴及用過燃料池之溫度。由於上繫板位於爐心上方，因此其平均溫度亦明顯高於用過燃料池與爐穴之溫度。

方案二量化討論

由於方案二(圖 6)是經由爐心噴灑系統進行冷卻，因此爐穴並未有任額外之冷卻機制，此時，爐穴與用過燃料池因同處於此熱流途徑之末端而具有相近之溫度分布趨勢。除此之外，由於直接對上繫板處進行冷卻之故，而使得上繫板之平均溫度較方案一為低，故上繫板之溫度趨勢與方案一略有不同。而最值得注意的是爐心最高溫度趨勢的變化；由於在爐心頂端熱區直接進行冷卻雖然可以直接冷卻最高溫度處，但此一冷卻水所造成之冷卻效應將使得爐心之自然對流受到部分的抑制，因此在此方案中，其爐心最高溫度的降溫趨勢，較方案一為慢。

方案三量化討論

不同於上述二個方案時，其呈現爐心全自然對流之現象。方案三選擇

以噴射泵作為冷卻水供水途徑；此時，噴射泵所打入之冷卻水將引發吸水效應，使得爐心之整體流量增大，並進而形成近似 RHR 系統轉運時之強制對流流場。此時，爐心上方之上繫板、爐穴以及用過燃料池皆屬於此流場之下游，因此在本方案中反應器機組各處之溫度將十分一致(圖 7)。

方案四量化討論

由圖 5~圖 7 之結果可以發現，上述三個方案，皆因為現有冷卻系統能力不足之故，而無法分別滿足(1)停機二天後爐穴溫度低於 56°C，以及(2) 停機五天後上繫板溫度低於 45°C 之需求。因此擬採用雙串流量進行評估。

由表 5 中可以發現，當採用雙串流量進行分析時，所有方案在不同停機時數下之爐心最高溫度有 66.75°C，而方案三更由於強制對流之故，而使爐心最高溫度更低於 56°C。而根據此結果可以確認在雙串流量下使用任何冷卻方案皆可確保爐心不致發生局部沸騰。對執行燃料吊運作業而言，所有方案皆可在停機 2 天後(48hr)時，滿足燃料吊運作業所需之爐穴溫度低於 56°C 要求。對水下檢視作業而言，由於其需求水溫較為嚴苛(45°C)，故即使在雙串流量下，方案一與方案三仍無法在透過現有冷卻系統，達到有效移除爐心衰變熱功率，並符合上繫板溫度低於 45°C 要求之目的。

相較於方案一與方案三，方案二透過爐心噴灑系統直接冷卻上繫板區域，因此該區之平均將較其它方案更低，在停機後五天(120hr)此方案可以將上繫板溫度降低至 45°C 以下，而利於水下檢視作業之進行。

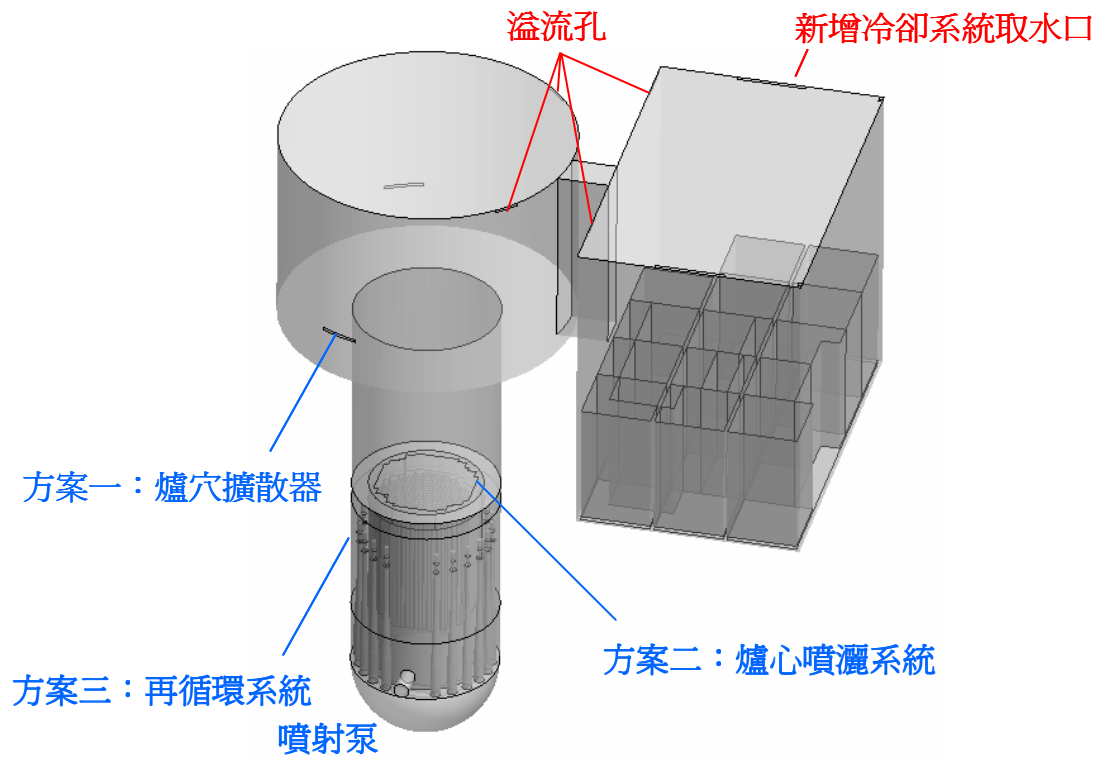


圖 4 三種不同替代冷卻方案之冷卻水供應示意圖

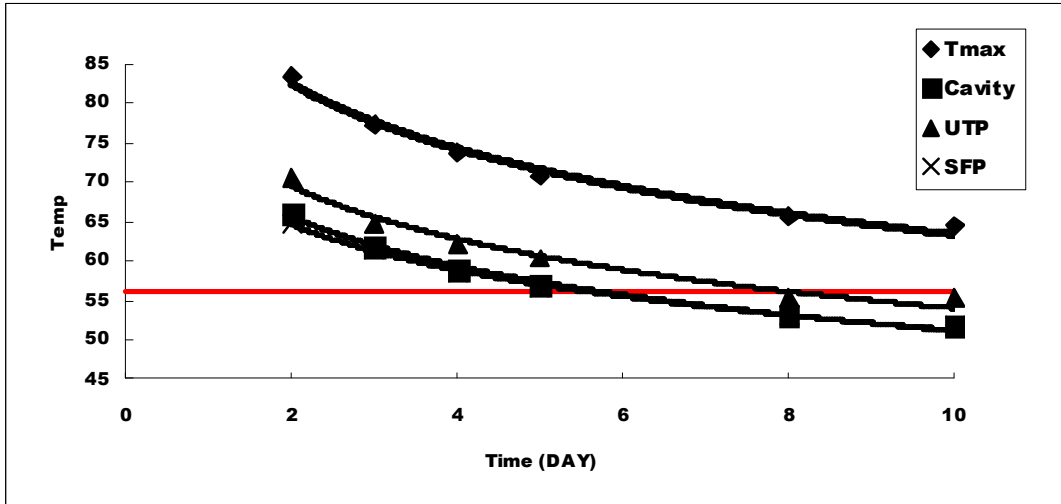


圖 5 採用替代冷卻方案一後，機組各處之溫度分佈。

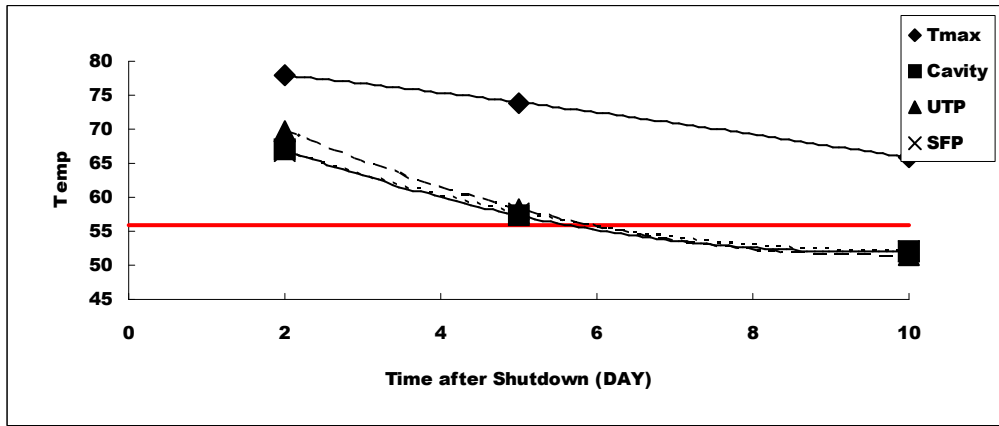


圖 6 採用替代冷卻方案二後，機組各處之溫度分佈。

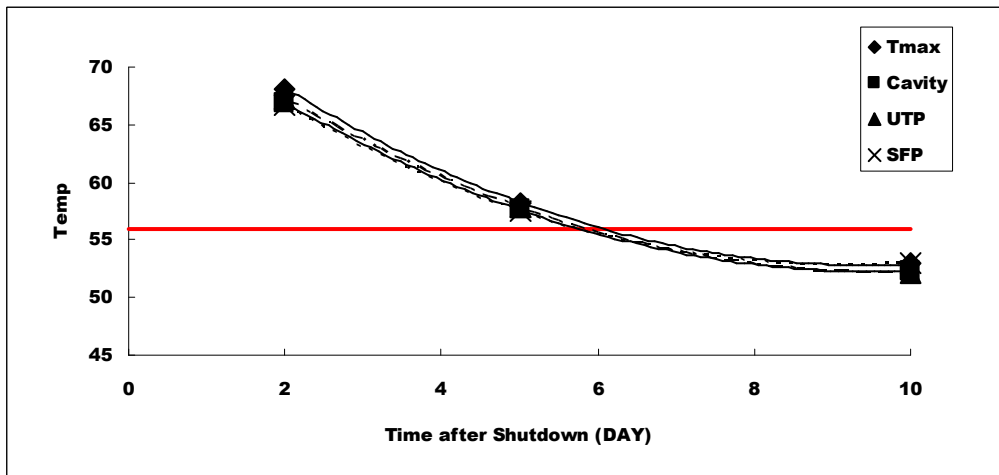


圖 7 採用替代冷卻方案三後，機組各處之溫度分佈。

表 5 雙串流量下，三種替代冷卻方案對於爐心、上繫板以及爐穴所造成之溫度列表

停機 時數 (hr)	方案一 (Diffuser)			方案二 (Core Spray)			方案三 (Jet pump)		
	爐心最高溫度 (°C)	上繫板 (°C)	爐穴 (°C)	爐心最高溫度 (°C)	上繫板 (°C)	爐穴 (°C)	爐心最高溫度 (°C)	上繫板 (°C)	爐穴 (°C)
48	66.72	58.28	54.77	66.750	52.543	54.542	55.87	55.05	55.72
72	63.84	56.6	52.32	62.27	46.84	53.419	52.045	51.61	51.37
96	61.474	54.888	51.28	62.66	43.72	48.42	50.36	50.01	49.9
120	59.679	53.14	50.44	61.61	43.87	48.439	48.894	48.389	48.698
144	58.069	51.779	49.25	63.12	42.969	47.07	48.349	48.04	47.89
168	57.65	51.31	48.639	58.442	42.985	47.149	47.823	47.487	47.21
192	57.17	50.767	48.38	60.779	43.8	46.35	46.845	46.57	46.64
216	56.57	50.27	47.635	56.859	43.91	45.92	46.63	46.23	46.44
240	56	49.71	47.389	54.43	43.7	45.63	45.88	45.665	45.721

六·結論

藉由三維計算流體力學軟體 FLUENT 程式，建立反應器大修期間之熱流方面分析的方法論，透過模式建立說明及分析校驗，所得結果證實本分析方法論在最佳估算案例分析上可提供足夠之精確度。同時若適當地對邊界條件作假設，則可獲得某種程式計算保守度。

在核一廠反應器機組之熱水流分析案例中，分析結果與核一廠大修量測數據甚吻合。兩者間相對誤差之絕對值皆小於實驗不準度(1°C)；而在採用熱交換器設計參數作為邊界條件之設定後，本方法論所能提供之保守度將與所給予之邊界條件保守度相當(約 10°C)，此表示本方法論計算結果之誤差並不隨著輸入條件的變化而改變，因此在採用設計值進行模擬分析時，預期將可獲得某種程度之計算保守度。